

PWR 사용후핵연료 건식 저장 시설의 연소도 크레디트에 관한 연구

강경민, 제무성, 정재학*

한양대학교, 서울시 성동구 행당동 산 17

* 원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

iae@hanyang.ac.kr

요약

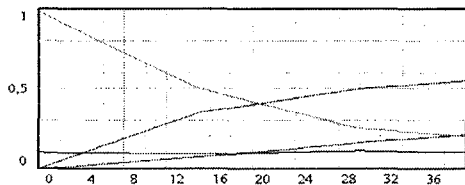
사용후 핵연료용 수송용기의 설계 안전평가에서는 이제까지 용기에 수납되는 연료는 미조사, 즉 신연료라 가정해서 보수적으로 임계안전설계를 수행하여 왔다. 이것은 연소에 따른 연료내의 핵연료 물질의 감소 및 생성의 의한 반응도의 변동을 계산 평가하는 것이나 또는 연소로 인해 생성되는 중성자 흡수 핵종의 조성 및 함유량 등을 정확히 계산 평가하는 것이 복잡해서 곤란했던 것으로 그 요인을 들 수 있다. 사용 후 핵연료를 신 연료로 가정하는 등의 불합리성을 해소하고, 안전성을 잃지 않고 사용 후 핵연료 운반용기 들의 경제성을 추구하는 기운이 높아지고, 관련 연구가 적극적으로 진척되게 되었다. 그 결과 연소에 따른 연료내의 핵연료 물질의 감소 생성과 핵분열 생성물 등에 의한 반응도의 저하, 즉 중성자 실효 증배율의 저하를 고려한 것을 사용 후 핵연료용 캐스크 설계 안전평가에 취할 수 있게 되었다.

연소도 크레디트를 채용함으로써 사용후 핵연료내의 핵연료물질량은 실제로 존재하는 양을 사용하는 것이 되므로 초기 농축도가 높은 고연소도 연료에서 그 효과가 보다 크게 될 것이다. 이것은 연소도 크레디트 채용에 따라 연료 바스켓의 중성자흡수제 사용량 감소가 가능해져 사용 캐스크의 수를 줄일 수 있어 경제성 향상이 기대되고 아울러 그이 취급 횟수 및 수송횟수가 감소됨에 따라 안전성의 향상도 기대된다.

연소도 크레디트의 적용

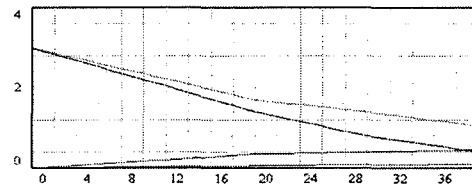
사용 후 핵연료를 수송 또는 저장하는 용기 등의 임계안전설계는 이제껏 보수적으로 사용후핵연료를 신 연료로 가정해서 취급하여 왔다. 최근 핵연료 경제성을 높이기 위해서 고 연소도 연료의 사용이 실용화되게 되었다. 이에 따른 사용 후 핵연료의 수송 및 저장용기가 필요하게 되고 그 이 임계 안전 설계에 이제까지의 가정을 사용하는 것이 모순이 커지게 되었고 아울러 불합리성이 보다 명백하게 되었다. 이 모순 및 불합리성을 해소하기 위해서 연소도 크레디트 도입을 고려하게 되었다. 연소도 크레디트 도입은 고연소도 연료를 대상으로 할 때 특히 효과적임을 알 수 있으며 여기서는 PWR의 고연소도 연료를 포함 시킨 연료의 특성을 해석 평가한 결과를 바탕으로 연료의 연소도와 반응도와의 관계를 신연료의 그것과 비교한 결과를 표시한다.

연료에 있는 핵분열성 물질 농도 (U-235 + Pu-241 농도) 가 연소에 따라 변화하는 상태를 초기 농축도를 매개변수로 하여 PWR일 때 초기 농축도 4.6%의 핵분열성물질농도는 30 GWD/MT 에서 약 55% 50 GWD/MT 에서 약 30%로 감소함을 확인할 수 있다.



핵분열성비 : U238
 핵분열성비 : Pu241
 핵분열성비 : Pu239
 핵분열성비 : U235

그림 1. 핵분열비의 연소도에 따른 변화



핵분열성핵종농도 : 합계
 핵분열성핵종농도 : Pu241
 핵분열성핵종농도 : Pu239
 핵분열성핵종농도 : U235

그림 2. 핵분열성핵종 농도의 연소도에 따른 변화

그림 1은 핵분열성 핵종 U-235, Pu-239, Pu-241의 핵분열 비의 연소도에 따른 변화를 나타낸다. 이로부터 Pu-239 및 Pu-241이 연소에 따라 생성하는 비율 및 U-235가 연소에 따라 감소하는 비율을 알 수 있다. 또한 U-235, Pu-239, Pu-241의 핵분열성물질농도 각각이 연소도에 따라 감소 및 생성하는 상태를 그림 2에 나타내고 있다. 이 그림에서 연소도 약 30 GWD/MT에서 합한 핵분열성물질농도 (U-235+ Pu-239+ Pu-241 농도) 는 연소도 0 GWD/MT에서의 값의 약 1/2 이 된다는 것을 알 수 있다.

PWR 연료봉 (농축도 : 4.2%)에 대한 HI-STORM MPC68, 08x08 assembly의 신연료 30 GWD/MTU 및 40 GWD/MTU 연소연료봉을 비교 평가하여 중성자 실효증배율을 구한 예를 설명한다. 핵입계도 평가에 사용된 MCNPX 코드는 몬테카를로 방법론을 사용하여 수송방정식의 해를 얻으며, 기하학적 형태표사가 자유로와 상세 모델링이 가능하므로 실제 실험을 통해 데이터 산출이 어려운 경우 실험을 대체하는 결과로서 이용될 정도로 그 정확성을 인정받고 있다.

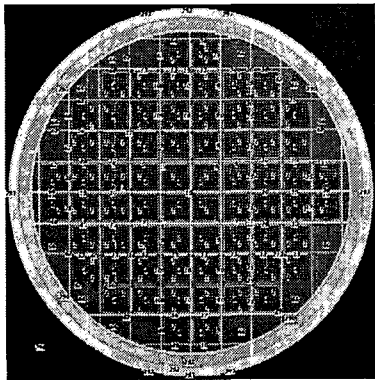


그림 3. HI-STORM MPC68에 대한 MCNPX 실험

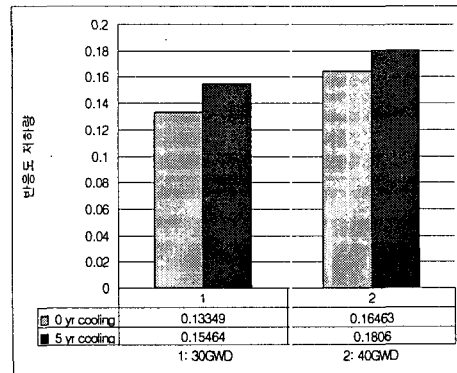


그림 4. 반응도 저하량의 계산

위 도표는 사용후핵연료에 대한 연소도에 따른 증배계수 변화가 나타나 있는데, 초기 농축도 4.2wt%, 방출연소도 30GWD/MTU인 핵연료의 반응도저하량은 0.13349로 나타났으며, 초기농축도 4.2wt%, 방출연소도 40GWD/MTU인 핵연료의 반응도 저하량은 0.16463로 계산된다. 또한 냉각기간이 같을 때에는 연소도가 높은편이 반응도 저하량이 크며, 연소도가 같을 때에는 냉각기간이 긴 편이 저하량이 크다는 것을 확인할 수 있다.

결론 및 향후 계획

이상의 검토에서 알 수 있듯이 사용 후 핵연료 캐스크 등의 설계에 있어 고연소도 사용후 핵 연료를 신연료를 가정하는 것은 연소에 따른 핵 분열성 물질농도가 변화(감소)하지 않는 다고 여긴 것이며 이 가정이 과도한 안전 여유를 갖고 있어 불합리한 것임을 알 수 있다. 연소도 크레딧을 도입하면, 수납연료집합체의 반응도를 신연료 가정으로 구한 값보다 작게 평가할 수 있고, 아울러 반응도를 작게 함에 따라 2차 중성자를 포함한 중성자방출율도 작게 평가됨으로 용기에 수납체수를 증가시킬 수 있다. 그러므로 수송횟수 감소에 따른 안전성의 향상과 앞에서 설명한 바와 같은 경제성의 향상이 기대된다.

참고문헌

- [1] 박광준 한국원자력연구소 KAERI/TS-52/98 임계안전과 연소도 크레딧 1993. 6
- [2] HI-STORM FSAR Rev. 3 REPORT HI-2002444, 2005
- [3] MCNPX General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 2.5d3, Los Alamos National Laboratory (Dec.2003)